基于现象模化的安全壳试验适用性分析方法研究

刘宇生[1,2,3] 靖剑平[1] 谭思超[3*] 乔雪冬[1] 王婷[4] 朱元兵[4]

1（生态环境部核与辐射安全中心 国家环境保护核与辐射安全审评模拟分析与验证重点实验室 北京 100082）

2（广东省核电安全企业重点实验室 深圳 518026）

3（哈尔滨工程大学 黑龙江省核动力装置性能与设备重点实验室 哈尔滨 150001）

4（中广核研究院有限公司 深圳 518026）

摘要：针对小比例尺度试验数据在安全壳性能分析软件确认过程中的适用性问题，基于安全壳内压力响应过程相似分析提出了试验数据适用性分析方法，并结合试验参数开展了 HDR、Battelle 和 CVTR 等安全壳试验数据对华龙一号大破口失水事故（LBLOCA）、主蒸汽管道破裂事故（MSLB）的适用性研究。研究结果表明，事故条件下安全壳内压力响应过程及其关键现象的相似准则数，可用于分析不同安全壳试验对目标电厂的适用性。HDR ISP-16&23、Battelle CASP-1&2 和 CVTR T3 等试验工况的合理组合能够复现 LOCA、MSLB 等事故条件下 HPR1000 安全壳内因破口源喷放、安全壳壳体冷凝和壳内构件冷凝导致的压力瞬变过程，模拟失真在可接受范围内或偏保守，适用于 HPR1000 安全壳热工水力响应分析软件的验证和确认。

关键词安全壳；相似分析；软件确认；事故分析；压力响应；华龙一号

中图分类号 TL333

DOI:

Research on Applicability Analysis Method of Containment TestsBased on Phenomena Scaling

LIU Yusheng[1,2,3] JING Jianping[1] TAN Sichao[3,*] QIAO Xuedong[1] WANG Ting[4] ZHU Yuanbing[4]

1(*State Environmental Protection Key Laboratory of Nuclear and Radiation Safety Regulatory Simulation and Validation, Nuclear and Radiation Safety Center, MEE, Beijing 100086, China*)

2(*Guangdong Provincial Key Laboratory of Nuclear Power Safety, Shenzhen 518026, China*)

3(*Heilongjiang Provincial Key Laboratory of Nuclear Power System & Equipment, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China*)

4(*China Nuclear Power Technology Research Institute Co., Ltd., Shenzhen 518026, China*)

Abstract [Background]: The volume of the nuclear power plant containment is huge, making it difficult to conduct equal-scale or large-scale thermal-hydraulic tests. Currently the test data mainly come from small-scale tests. **[Purpose]**:To address the applicability of small-scale containment test data in validation process of the containment performance analysis code, the analysis method for applicability of experimental data is proposed and developed on the basis of similarity analysis of the pressure response process in the containment. **[Methods]**: The applicability study of the test data, which are produced by some scaled containment facilities such as the HDR, Battelle and CVTR, is carried out in combination with the test parameters. The applicability of each test case are obtained respectively when

广东省核电安全企业重点实验室开发基金资助

第一作者：刘宇生，男，1986 年出生，2012 年于哈尔滨工程大学获硕士学位，主要从事反应堆热工水力试验相关的核安全审评和研究工作

通讯作者：谭思超，E-mail: tansichao@hrbeu.edu.cn

收稿日期：2024-06-00，修回日期：20XX-00-00

Supported by the Opening Project of Guangdong Provincial Key Laboratory of Nuclear Power Safety

First author: LIU Yusheng, male, born in 1986, obtained a master's degree from Harbin Engineering University in 2012, focusing on nuclear safety reviewe and research related to thermal-hydraulic testing of reactors

Corresponding author: TAN Sichao, E-mail: tansichao@hrbeu.edu.cn

Received date:2024-06-00, revised date: 20XX-00-00

they are applied to validate the containment code in case of the Large Break Loss of Coolant Accident (LBLOCA) and Main Steam Line Break Accident (MSLB) of HPR1000 nuclear power plant. **[Results]**:The results show that the similarity criteria for pressure response process and key phenomena within the containment vessel under accident conditions can be used to analyze the applicability of different containment tests to the target power plant. **[Conclusions]**:The proper combination of test cases including HDR ISP-16&23, Battelle CASP-1&2, and CVTR T3 can represent the pressure transient process, results of coupling phenomena such as mass and energy release at the break, condensation near the containment shell and internals, within the HPR1000 containment in case of LOCA or MSLB. The distortion is either within the acceptable range or conservative for design limits of containment pressure, so that the small-scale containment test data are suitable for the verification and validation of the HPR1000 containment thermal hydraulic response analysis code.

Keywords　Containment, Similarity analysis, Validation, Safety analysis, Pressure response, HPR1000

作为防止裂变产物向环境释放的第三道安全屏障，核电厂安全壳的空间体积通常会达到数万立方米，设计基准事故（DBA）条件下因一回路或者二回路破口导致的质能释放量非常大，往往难以采用等比例或者大比例的试验装置开展安全壳内压力响应试验。因此，目前的安全壳热工水力试验研究，仍以小比例试验结果为主[1-2]。根据《核动力厂安全分析用计算机软件开发与应用（试行）》的规定，在开展安全壳性能分析软件的确认过程中[3-4]，必须分析缩比模型试验数据对特定核电厂设计的适用性。目前，关于软件确认用试验数据的适用性方法，仅有部分学者针对反应堆冷却剂系统自然循环整体效应试验的适用性开展了探索性研究[5]。总体而言，对于软件确认过程中试验数据的适用性分析，相关研究极少，尚缺乏有效的分析方法。

针对上述问题，围绕安全壳性能分析软件的确认过程，本文基于安全壳内压力响应过程的模化分析，提出了一种分析安全壳试验数据适用性的理论方法，为评估安全壳性能分析软件确认过程的充分性和有效性提供了技术支持和参考。

1　华龙一号安全壳压力响应过程模化分析

1.1　安全壳响应过程分析

安全壳的密封性能与事故过程的温度和压力条件密切相关，因此安全壳内的压力和温度是其性能安全分析的重要指标。从事故结果严重程度和对安全壳压力响应限值的挑战性方面考虑，一般将反应堆冷却剂系统大破口事故（LBLOCA）和安全壳内蒸汽系统管道大破口事故（MSLB）作为包络的假想事故场景[6-7]。

破口失水事故（含长期阶段）和蒸汽系统管道大破口事故工况下，华龙一号安全壳内压力和温度响应过程的示意分别如图 1 和图 2 所示[8]。

基于上述事故工况条件，对安全壳内压力响应过程及其关键热工水力现象分析如下。

失水事故

在 LBLOCA 中，反应堆冷却剂系统（RCS）的冷却剂在管道断裂处被直接排放，大量的冷却剂以液体和蒸汽混合物的形式进入安全壳，由于热蒸汽和热水的增加，安全壳压力增加。蒸汽在整个安全壳空间中扩散，较冷的空气和安全壳内的冷壁面吸热会使蒸汽冷凝，进而降低蒸汽压力。大破口失水事故瞬态过程可以分为喷放、再灌水、再淹没等阶段。对于安全壳压力而言，喷放阶段安全壳内的压力和温度急剧上升，当 RCS 喷放基本结束时，安全壳的压力达到峰值，该过程极为短暂；再灌水阶段，堆芯底部逐步充水，释放到安全壳内的能量维持在很低的水平，且壳内低温构件的壁面冷凝效应开始发挥作用；再淹没阶段，堆芯的淬火过程会产生大量蒸汽，当所释放的能量大于壁面冷凝效应时，安全壳内压力和温度会出现第二次峰值。事故长期阶段，堆芯衰变热由低压安注换热器持续导出，安全壳内压力和温度缓慢下降。

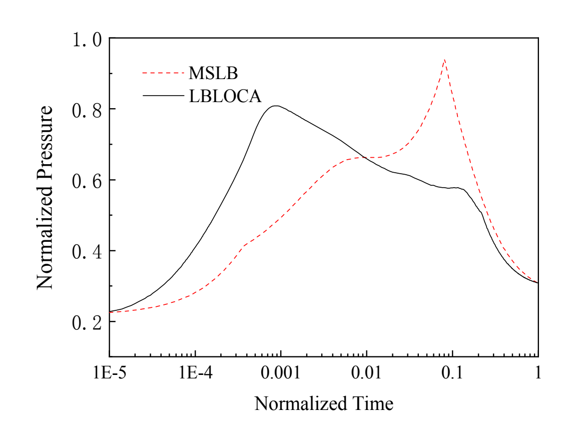


图 1 典型事故下安全壳内压力响应过程示意
Fig.1 Schematic Diagram of Pressure Response Process within Containment under Typical Accident Conditions

主蒸汽管道破裂

MSLB 事故工况的压力响应过程与失水事故的压力响应过程类似，区别在于 MSLB 事故工况喷放的工质为 7 MPa 左右的饱和蒸汽，导致安全壳的升温升压过程略慢，但安全壳的峰值压力要更高。

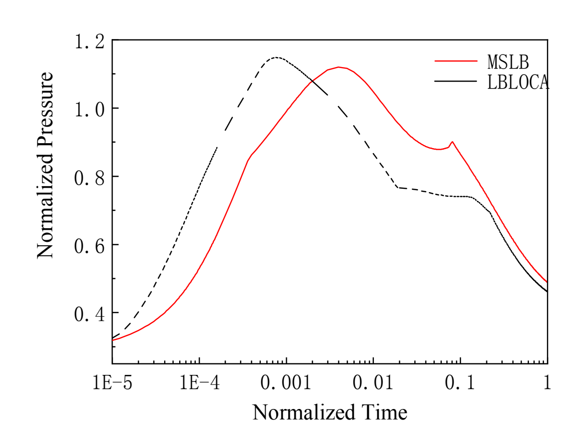


图 2 典型事故下安全壳内温度响应过程示意
Fig.2 Schematic Diagram of Temperature Response Process within Containment under Typical Accident Conditions

MSLB 事故初期，随着蒸汽快速充满安全壳空间，安全壳内温度和压力均快速升高，随着壳内低温构件暴露表面的冷凝过程发挥作用，壳内温度达到峰值。当低温构件温度缓慢升高并接近饱和温度后，安全壳内压力会继续升高，直至达到压力峰值。后期随着蒸汽喷放能量的下降，安全壳压力和温度持续下降。事故长期阶段，堆芯衰变热以余热排出（RHR）模式导出，安全壳内压力和温度缓慢下降。

1.2 安全壳压力响应比例分析

以壳内压力作为关键参数，对华龙一号安全壳内的热工水力响应过程进行比例分析。根据 1.1 节分析，并结合安全壳性能分析的具体过程，可将安全壳内压力响应过程分为短期阶段和长期冷却阶段，并作如下假设：

1)安全壳内混合气体能够有效地达到充分混合，可视为理想气体，忽略分层效应[9]；

2)对于事故过程中由喷放及冷凝产生的液体或液滴，认为其体积、液滴与蒸汽间的传热传质效应均可忽略；

3）忽略壳内自由气体的空间体积变化；

3）认为质能释放、冷凝和对流是主要的能量转移方式，忽略辐射传热效应；

4）在安全壳内热工水力条件下，与冷凝换热过程相比，蒸汽及空气的对流换热过程比较微弱，可以忽略；

5）安全壳内不同的部件仅考虑其冷凝效应，并予以等效合并，忽略换料水箱内冷水的换热作用[10-11]；

5)在瞬态过程中，安全壳外壁面按绝热处理；

6)试验和原型中壳内混合气体可满足物性相似。

1.2.1短期阶段比例分析

短期阶段主要包含事故初期的喷放升压过程和降压过程，安全壳内的瞬态响应过程主要由质能喷放过程和壳内构件冷凝过程的相互作用决定，描述该过程的压力变化率方程为[9]：

$$\frac{V_{ct}}{\gamma-1}\frac{dP_{ct}}{dt}=(\dot{m}h_{stm})_{brk}-\sum_{n}\dot{m}_{sink,stm,i}h_{ct,stm} \quad (1)$$

其中，P_{ct} 为壳内压力，V 为体积，γ 为蒸汽绝热指数，t 为时间，$\dot{m}$ 为质量流率，h 为焓值，下标 brk 表示破口，下标 stm 表示饱和蒸汽，下标 ct 表示安全壳，下标 $sink,stm,i$ 表示第 i 个热构件的蒸汽冷凝过程。

采用稳态特征值作为参考值，归一化压力变化率方程得到无量纲方程：

$$\tau_{brk,0}\Pi_{P-h}\frac{dP_{ct}^{*}}{dt}=(\dot{m}h_{stm})_{brk}^{*}-\Pi_{sink,ct}\left[\sum_{n}\dot{m}_{\sin k,stm,i}h_{ct,stm}\right]^{*} \quad (2)$$

方程中上标*表示无量纲量，下标 0 表示参考值，$\tau_{brk,0}$、Π_{P-h} 和 $\Pi_{sink,ct}$ 的定义如下：

瞬态特征时间

$$\tau_{brk,0} = \frac{\Delta\rho V_{ct}}{\dot{m}_{brk,0}} \quad (3)$$

压力-焓数

$$\Pi_{P-h} = \frac{\Delta P}{\Delta\rho(\gamma-1)h_{stm,brk,0}} \quad (4)$$

热阱数

$$\Pi_{sink,ct} = \frac{\left[\sum_n \dot{m}_{sink,stm,i} h_{ct,stm}\right]_0}{(\dot{m}h_{stm})_{brk,0}} \quad (5)$$

方程(3)-(5)中，$\Delta\rho$ 为壳内蒸汽的密度变化量，ΔP 为壳内压力的变化量。

事故初期，由于华龙一号 LBLOCA 事故和 MSLB 事故的喷放升压过程很快，该阶段反映安全壳壁面等热构件冷凝过程的热阱数可以忽略[12]，则喷放升压过程的相似准则为：

$$\Pi_{P-h,\mathrm{R}} = \left[\frac{P_{ct,0}}{\Delta\rho(\gamma-1)h_{stm,brk,0}}\right]_{\mathrm{R}} = 1 \quad (6)$$

其中，下标 R 表示试验模型与设计原型的比值。

降压过程，破口向安全壳内的质能释放量快速下降，且热构件的冷凝效应显著，壳内压力整体呈下降趋势，因此该过程的相似准则为：

$$\Pi_{P-h,R} = \Pi_{sink,ct,R} = 1 \quad (7)$$

壳内冷凝过程的计算关联式为[13]：

$$\dot{m}''_{sink,stm,i} = \frac{h_{conv,sink}\rho_{stm,ct}D_v}{k_{ct}} \frac{\Delta P_{stm}}{P_{lm,air}} \left(\frac{Sc}{Pr}\right)^{1/3} \quad (8)$$

其中，$\dot{m}''_{sink,stm,i}$ 为单位面积的冷凝率，$h_{conv,sink}$ 为壳内自由空间的混合对流换热系数，D_v 为传质扩散系数，ΔP_{stm} 为气液界面和主流之间的蒸汽分压差，$P_{lm,air}$ 为空气的对数压差，Sc 为施密特数，Pr 为普朗特数。

采用 McAdams 关系式计算混合对流换热系数[14]：

$$h_{conv,\sin k} = 0.13k_{ct}\left(\frac{g\Delta\rho Pr}{\upsilon_{ct}^2\rho_{ct}}\right)^{1/3} \quad (9)$$

其中，k_{ct} 为气体热导率，g 为重力加速度，υ_{ct} 为气体的动粘滞系数。

壳内气体满足物性相似，得到：

$$\Pi_{sink,ct,R} = \left[\sum_n A_{stm,i}\right]_{0,R} (\dot{m}h_{stm})^{-1}_{brk,0,R} = 1 \quad (10)$$

1.2.2 长期冷却阶段比例分析

事故长期阶段，破口所在的系统与安全壳基本达到压力平衡，壳内压力随时间缓慢下降，整个过程接近准稳态，忽略液滴与蒸汽的传热传质效应，忽略地坑水池蒸发换热对安全壳压力的影响，并保守地假设：事故期间无喷淋或其他安全壳冷却系统运行，安全壳内的热量仅依靠冷凝换热导出。该阶段，归一化的压力变化率方程变为：

$$(\dot{m}h_{stm})^*_{brk} - \Pi_{sink,ct}\left[\sum_n \dot{m}_{\sin k,stm,i} h_{ct,stm}\right]^* = 0 \quad (11)$$

方程(11)中，特征时间趋近于无穷大（即 $\tau_{brk,0} \to \infty$），热阱数 $\Pi_{sink,ct}$ 的定义与短期阶段一致，因此该阶段的相似准则为：

$$\Pi_{sink,ct,R} = \left[\sum_n A_{stm,i}\right]_{0,R} (\dot{m}h_{stm})^{-1}_{brk,0,R} = 1 \quad (12)$$

2　安全壳压力响应试验概述

针对事故条件下安全壳内的压力响应过程，国际范围内开展了不同尺度的缩比试验研究以支持软件模型的确认与验证[15]，本文选取其中的 Heiss-Dampf Reaktor（HDR）试验、Battelle 试验和 CAROLINAS VIRGINIA TUBE REACTOR（CVTR）试验，并分析这些试验过程与华龙一号安全壳压力响应过程的相似情况。

2.1HDR 试验概述

HDR 试验装置由位于德国法兰克福附近的一个已退役的反应堆构成，其模拟安全壳为一个直径为 20 m，建筑高度约为 60 m 的直立式圆柱形钢筋混凝土结构体，并配置有平坦的底座和半球形穹顶。

HDR 试验适用性分析中采用的试验工况及其参数如表 1 所示，主要包含 V44 工况和 T31.5 工况两个系列的试验，在 20 世纪 80 年代~90 年代初期间完成[16-17]。

表 1　HDR 试验工况参数
Table 1　Parameters of Different HDR Test Cases

工况编号 Condition number	HDR Test V44 工况（ISP-16）	HDR Test T31.5 工况（ISP-23）
破口类型	蒸汽管线破裂	大直径管线破裂

Type of break	Steam pipeline break	Large diameter pipeline break
破口位置 Break position	隔室 R1.603 Compartment R1.603	隔室 R1.704 Compartment R1.704
喷放持续时间，s Discharge duration, s	60	50
初始压力，psi Initial pressure, psi	14.13	14.13
总体积，m^3 Total volume, m^3	11300	11300
自由体积，m^3 Free volume, m^3	11100	11100
构件换热面积，m^2 Structure heat transfer area, m^2	27176.96	27176.96
混凝土表面积，m^2 Concrete surface area, m^2	9530	9530

2.2Battelle 试验装置概述

Battelle 试验台架是德国建设用以研究安全壳内特定现象的大尺度安全壳模型试验装置，其原型为 1200 MWe 级压水堆核电厂 Biblis 的 B 型安全壳。Battelle 试验台架由一个高压系统和安全壳组成，高压系统安装在安全壳外部，由一条约 26 m 长的管道和一个再循环系统组成，其内部模拟了相互连接的隔间。Battelle 安全壳外径约为 12 m，内径约为 10 m，总高约为 9 m，内部隔间高约 2 m。

Battelle 试验适用性分析中采用的试验工况及其参数如表 2 所示[18-19]，主要为模拟 SLB 和 LOCA 工况下安全壳内压力及温度响应的试验工况 D15 和 D16。在 OECD-CSNI 框架下，用于 SLB 模拟的实验被列为国际基准题 CASP-1（D15），用于 LOCA 模拟的实验被列为国际基准题 CASP-2（D16）。

表 2　Battelle 试验工况参数
Table 2　Parameters of Different Battelle Test Cases

工况编号 Condition number	Battelle Test D15 工况（CASP-1）	Battelle Test D16 工况（CASP-2）
破口类型 Type of break	蒸汽管线破裂 Steam pipeline break	高温高压热水管线破裂 High temperature and high pressure hot water pipeline break
破口位置 Break position	子隔室 R6 Sub-compartment R6	子隔室 R4 Sub-compartmentR4
破口隔室体积，m^3	41.26	13.66
喷放持续时间，s Discharge duration, s	70	50
初始压力，psi Initial pressure, psi	14.72	14.5
总体积，m^3 Total volume, m^3	641.90	641.90
混凝土表面积，m^2 Concrete surface area, m^2	1019.28	1019.28
构件换热面积，m^2 Structure heat transfer area, m^2	1133.8	1133.8

2.3CVTR 试验装置概述

CVTR 安全壳是一个由半球形穹顶和圆柱主体构成的钢筋混凝土结构，其中圆柱筒体的内径为 17.7m，安全壳总高约 34.7 m。整个安全壳采用厚钢筋混凝土地基进行支撑，其设计可应对 0.24 MPa，101.7℃的事故工况[20-21]。

CVTR 安全壳的热构件包括穹顶、基础底板、安全壳墙体等混凝土结构件，也包含稳压器、蒸汽发生器、燃料装卸装置等钢质设备。CVTR 试验适用性分析中采用的试验工况及其参数如表 3 所示，主要为 T3 工况，即自然降压试验[20]。

表 3　CVTR 试验工况参数
Table 3　Parameters of Different CVTR Test Cases

工况编号 Condition number	CVTR T3 工况
降压类型 Type of depressurization	自然降压 Natural depressurization
喷放持续时间，s Discharge duration, s	约 170
初始压力，psi Initial pressure, psi	14.70
壳内自由容积，m^3 Free volume in containment	6424
热构件换热面积，m^2 Structure heat transfer area, m^2	3448.9

3　试验台架适用性分析

3.1　试验装置结构相似性分析

根据 HDR 试验装置、Battelle 试验装置、CVTR 试验装置的结构参数，可以获得不同试验装置安全壳模拟体与华龙一号安全壳在结构上的

相似性，如表 4 所示。其中，热阱表面积-体积比表征了安全壳热量传递与质量容载的能力，与华龙一号安全壳相比，HDR、CVTR 和 Battelle 等安全壳的热阱表面积-体积比在 4 倍~8 倍之间，表明这些试验装置的热量传递能力均较华龙一号偏大；高度-直径比表征了安全壳的空间特征，与华龙一号安全壳相比，HDR、CVTR 和 Battelle 等安全壳的高度-直径比在 0.25~0.465 之间，表明这些试验装置的高度方向缩比均较径向缩比要偏小。

表 4　不同试验装置的结构比例
Table 4　Structural Scaling Ratios of Different Test Facilities

参数比 Parameter ratios	与 HPR1000 的比值 Ratio to HPR1000 HDR	CVTR	Battelle
热阱表面积/体积比 Surface area/volume ratio of heat sink	1:0.25	1:0.435	1:0.125
高度/直径比 Height/diameter ratio	1:0.5	1:0.664	1:1.5

3.2MSLB 适用性分析

对于华龙一号 MSLB 事故过程，主要采用 25% 功率水平的分析结果。根据前文获得的相似准则，分别计算 HDR ISP-16、Battelle CASP-1、CVTR T3 等试验工况的相似无量纲数，如表 5 所示。

表 5　MSLB 事故无量纲数分析
Table 5　Dimensionless Numbers Analysis for MSLB accident

阶段 Phase	特征参数/相似准则 Characteristic parameter/Similarity criterion	HDR/HPR1000	Battelle/HPR1000	CVTR/HPR1000
喷放升压阶段 Discharge and pressurizing	特征时间比 Characteristic time ratio	0.13	0.17	30.78
	压力-焓数 Pressure-enthalpy number $\Pi_{P\text{-}h}$	1.55	1.05	1.10
降压阶段 Depressurization	特征时间比 Characteristic time ratio	0.05	0.02	0.19
	压力-焓数 Pressure-enthalpy number $\Pi_{P\text{-}h}$	0.98	1.23	1.08
	热阱冷凝数 Heat sink condensation number $\Pi_{sink,ct}$	0.32	0.12	0.32
长期冷却阶段 Long-term cooling	热阱冷凝数 Heat sink condensation number $\Pi_{sink,ct}$	1.22	0.23	50.76

对于软件确认过程，可供参考的无量纲数验收准则为0.5~2[22]，由表 5 可知，与华龙一号 MSLB 事故过程安全壳的响应相比，HDR ISP-16、Battelle CASP-1、CVTR T3 试验均可较准确地再现其短期阶段的喷放升压过程和降压过程；对于降压过程的冷凝效应，三个试验均无法准确模拟，相较而言，HDR ISP-16 试验与 CVTR T3 试验模拟得略好；对于长期冷却阶段，HDR ISP-16 试验可以准确模拟其冷凝效应，Battelle CASP-1 试验能够以一定的失真模拟冷凝效应，CVTR T3 试验在冷凝现象模拟上存在严重失真。

综上，Battelle CASP-1、CVTR T3 试验适用于 MSLB 事故过程安全壳短期压力瞬态变化的模拟；因试验中壳内热构件面积与其喷放能量的比例偏低，Battelle CASP-1、CVTR T3 试验对 HPR1000 事故期间壳内冷凝过程的模拟存在失真，从安全壳压力峰值角度分析，该失真属于保守失真。

HDR ISP-16 试验适用于 MSLB 事故过程安全壳短期压力瞬态变化和长期冷凝效应的模拟，对于短期阶段冷凝效应的模拟，存在一定失真，从压力峰值分析，该失真偏保守。

3.3LOCA 适用性分析

对于华龙一号 LOCA 事故过程，主要采用冷管段双端剪切断裂事故的分析结果。根据前文获得的相似准则，分别计算 HDR ISP-23、Battelle CASP-2、CVTR T3 等试验工况的相似无量纲数，如表 6 所示。

表 6　LOCA 事故无量纲数分析
Table 6　Dimensionless Numbers Analysis for LOCA accident

阶段 Phase	相似准则 Similarity criterion	HDR/HPR1000	Battelle/HPR1000	CVTR/HPR1000
喷放升压阶段 Discharge and pres-	特征时间比 Characteristic time ratio	2.43	6.38	410.70
	压力-焓数	0.84	1.12	0.77

surizing	Pres-sure-enthalpy number $\Pi_{P\text{-}h}$			
	特征时间比 Characteris-tic time ratio	1.04	6.45	2.85
降压阶段 Depressu-rization	压力-焓数 Pres-sure-enthalpy number $\Pi_{P\text{-}h}$	0.44	0.31	0.84
	热阱冷凝数 Heat sink condensation number $\Pi_{sink,ct}$	2.15	5.11	3.18
长期冷却阶段 Long-term cooling	热阱冷凝数 Heat sink condensation number $\Pi_{sink,ct}$	0.41	0.24	0.05

可知，与华龙一号 LOCA 事故过程相比，HDR ISP-23 试验、CVTR T3 试验均可较准确地再现其短期阶段的喷放升压过程和降压过程，Battelle CASP-2 试验仅能较准确地再现其短期阶段的喷放升压过程，降压阶段失真较大；对于降压过程的冷凝效应，CVTR T3 和 Battelle CASP-2 试验无法准确模拟，HDR ISP-23 试验能够以可接受的失真模拟该效应；对于长期冷却阶段，HDR ISP-23 试验模拟冷凝效应的失真略低于验收准则，Battelle CASP-1、CVTR T3 试验无法准确模拟冷凝效应。

因此，HDR ISP-23 试验可用于 HPR1000 LOCA 事故安全壳短期压力瞬态变化和冷凝效应的模拟，因壳内热构件面积与其喷放能量的比例偏高，对短期阶段冷凝效应的模拟存在失真，就壳内压力模拟而言，该失真偏不保守。

Battelle CASP-2 试验仅适用于 HPR1000 LOCA 事故安全壳短期升压过程压力瞬态变化的模拟；对于短期降压过程和事故期间的冷凝过程，均存在明显失真。

CVTR T3 试验适用于 HPR1000 LOCA 事故期间安全壳响应短期阶段的模拟，其对压力瞬态变化再现均较为准确，对冷凝效应的再现，失真略大；对长期阶段的冷凝效应模拟，CVTR T3 试验失真较大。

3.3 安全壳试验适用性综合分析

HDR ISP-23、Battelle CASP-1、Battelle CASP-2、CVTR T3 等试验的适用性综合分析如表 7 所示，在 MSLB 和 LOCA 事故不同阶段的分布分别如图 3 和图 4 所示。可知，对于 HPR1000 MSLB 和 LOCA 两类事故，除 MSLB 事故短期阶段的冷凝效应需以保守方式模拟外，其他阶段的压力瞬态变化和冷凝效应均有相应的试验能够以合理的模拟失真水平再现华龙一号的瞬态过程。

表 7　不同事故下试验数据适用性分析
Table 7　Applicability Analysis of Test Data for Different Accidents

HPR1000 事故及主要阶段 HPR1000 accidents and major phases		相似准则 Similarity criterion	适用试验 Applicable tests
MSLB	喷放升压阶段 Discharge and pressurizing	$\Pi_{P\text{-}h}$	HDR ISP-16、Battelle CASP-1、CVTR T3
	降压阶段 Depressurization	$\Pi_{P\text{-}h}$	HDR ISP-16、Battelle CASP-1、CVTR T3
		$\Pi_{sink,ct}$	HDR ISP-16（保守模拟）
	长期冷却阶段 Long-term cooling	$\Pi_{sink,ct}$	HDR ISP-16
LOCA	喷放升压阶段 Discharge and pressurizing	$\Pi_{P\text{-}h}$	HDR ISP-23、Battelle CASP-2、CVTR T3
	降压阶段 Depressurization	$\Pi_{P\text{-}h}$	CVTR T3
		$\Pi_{sink,ct}$	HDR ISP-23
	长期冷却阶段 Long-term cooling	$\Pi_{sink,ct}$	HDR ISP-23

综上所述，HDR、Battelle 和 CVTR 试验复现了 LOCA 和 MSLB 事故条件下 HPR1000 安全壳内因破口源喷放、壳体冷凝和壳内构件冷凝导致的压力瞬变现象，且对上述现象的模拟失真在可接受范围内或保守范围内。因此，HDR ISP-23、Battelle CASP-1&2、CVTR T3 试验适用于 HPR1000 安全壳响应相关分析软件的验证和确认。

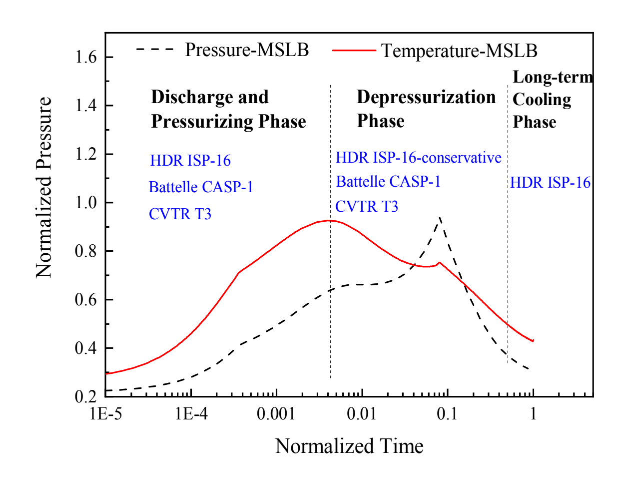


图 3　不同 MSLB 事故阶段的适用试验数据
Fig.3　Applicative Test Data for Different MSLB Accident Stages

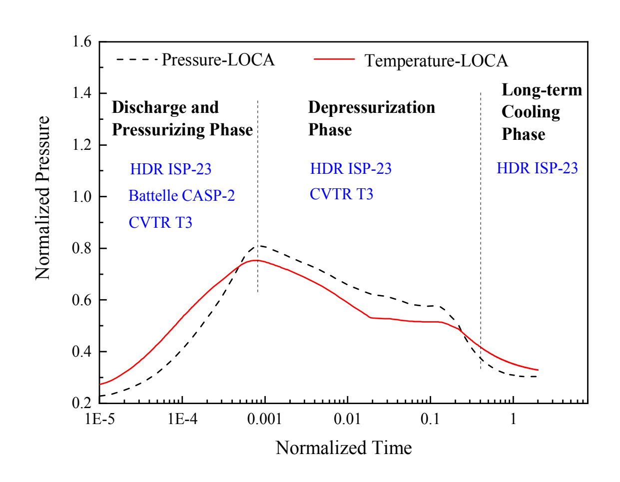


图 4　不同 LOCA 事故阶段的适用试验数据
Fig.4　Applicative Test Data for Different LOCA Accident Stages

结语

针对典型事故条件下华龙一号安全壳的响应过程，本文开展了安全壳内关键事故现象的分析及识别；通过安全壳内压力响应过程相似分析，得到了关键相似准则数，结合不同安全壳试验的关键参数，开展了各试验工况的适用性分析，主要得到以下结论：

1）事故条件下安全壳内压力响应过程及其关键现象的相似准则数，可用于分析不同安全壳试验工况对华龙一号安全壳的适用性。

2）HDR ISP-16、Battelle CASP-1 和 CVTR T3 等试验工况的组合能够复现 MSLB 事故条件下 HPR1000 安全壳内因破口源喷放、壳体冷凝和壳内构件冷凝导致的压力瞬变现象，且模拟失真合理或偏保守，可用于 MSLB 事故下 HPR1000 安全壳响应分析软件的验证和确认。

3）HDR ISP-23、Battelle CASP-2 和 CVTR T3 等试验工况的组合能够复现 LOCA 事故条件下 HPR1000 安全壳内因破口源喷放、壳体冷凝和壳内构件冷凝导致的压力瞬变现象，且模拟失真合理或略低于验收准则，可用于 LOCA 事故下 HPR1000 安全壳响应分析软件的验证和确认。

作者贡献声明　刘宇生负责相似分析及适用性分析，起草撰写文章；靖剑平负责试验台架数据分析；谭思超负责文章的审阅、修改和整体把握；乔雪冬负责安全壳试验模拟分析，进行适用性分析；王婷负责安全壳压力响应模拟分析；朱元兵负责安全壳压力响应模拟分析，并进行试验装置参数整理。

参考文献

1　DOMENICO PALADINO, OLIVIER AUBAN, MAX HUGGENBERGER, et al. A PANDA integral test on the effect of light gas on a Passive Containment Cooling System (PCCS)[J]. Nuclear engineering and design,2011,241(11):4551-4561.

2　WT Sha, TH Chien, JG Sun, et al. Analysis of large-scale tests for AP-600 passive containment cooling system[J]. Nuclear engineering and design,2004,232(2):197-216.

3　Ge L, Yang Z, Li H, et al. Improvement and validation of the heat transfer model for the containment module in the RCS-containment integral system code[J]. Annals of Nuclear Energy, 2020, 144: 107531.

4　王岩,杨燕宁,张尧力,等.非能动安全壳冷却系统模拟分析程序 PCCSAP-3D 及其验证[J].核动力工程,2016,37(02):175-179.
WANG Yan, YANG Yanning, ZHANG Yaoli, et al. Demonstration of Simulation Analysis Program PCCSAP-3D for Passive Containment Cooling System (PCCS)[J]. Nuclear Power Engineering, 2016,37(02):175-179.

5　张雪艳,邓程程,朱东来,等. 基于无量纲准则数的整体效应试验数据适用性验证方法探究[J]. 核动力工程,2022,43(1):64-71.
ZHANG Xueyan, DENG Chengcheng, ZHU Donglai, et al. Research on Verification Methodology of Applicability of Integral Effect Test Data Based on Dimensionless Criterion Numbers[J]. Nuclear Power Engi-

neering,2022,43(1):64-71.

6 崔旭阳,卢向晖,杨江,等. 华龙一号安全壳热工响应确定论现实方法研究[J]. 原子能科学技术,2021,55(9):1721-1728.
CUI Xuyang, LU Xianghui, YANG Jiang, et al. Research of Deterministic Realistic Methodology for HPR1000 Containment Thermal Response Analysis[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2021,55(9):1721-1728.

7 肖红,曹志伟,冯英杰,等. 基于 MELCOR 程序的 AP1000 核电厂安全壳瞬态事故分析[J]. 清华大学学报(自然科学版),2018,58(11):1029-1036.
XIAO Hong, CAO Zhiwei, FENG Yingjie, et al. AP1000 containment accident transient analysis using MELCOR[J]. Journal of Tsinghua University(Science and Technology), 2018,58(11):1029-1036.

8 丘锦萌,吴健,田卫卫,等. 华龙一号非能动安全壳冷却系统热工水力分析[J]. 原子能科学技术,2020,54(1):72-80.
QIU Jinmeng, WU Jian, TIAN Weiwei, et al. Thermal-hydraulic Analysis of Passive Containment Cooling System HPR1000[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2020,54(1):72-80.

9 W. L. Brown, Scaling of the AP600 Containment Large Scale Test Facility[C]. 7th International Conference on Nuclear Engineering, Tokyo, Japan, April 19-23, 1999.

10 胡健,石兴伟,雷蕾,等. CERT 试验台架传热特性比例分析失真评价[J]. 核技术, 2018, 41(3): 77-82.
HU Jian, SHI Xingwei, LEI Lei, et al. Assessment of heat transfer phenomenon scaling distortion in CERT[J].Nuclear Techniques, 2018, 41(3): 77-82.

11 J.C. de la Rosa, A. Escrivá, L.E. Herranz, et.al. Review on condensation on the containment structures[J]. Progress in Nuclear Energy, 2009, 51(1): 32-66.

12 Dan R Spencer, Joel Woodcock. AP600 Passive Containment Cooling System Phenomena Identification and Ranking Table[C]//Proceedings of the 7th International Conference on Nuclear Engineering.7th International Conference on Nuclear Engineering, Tokyo, Japan, 1999.

13 刘卓,金卉馨,李晓洋等.基于菲克定律和传热传质相似原理的含不凝气体冷凝换热研究[J].核安全,2017,16(02):85-90.
LIU Zhuo, JIN Huixin, LI Xiaoyang, et al. Research on condensation heat transfer in the presence of non-condensablegases based on Fick's Law and HMTA[J]. Nuclear Safety, 2017,16(02):85-90.

14 Tauna Leonardi and Mamoru Ishii. Condensation heat transfer with non-condensable gas for passive containment cooling of nuclear reactors[J]. Nuclear Engineering and Design, 2006, 236: 1789-1799.

15 Containment CodeValidation MatrixWriting Group. Containment Code Validation Matrix[R]. Paris: Committee on the Safety of Nuclear Installations(CSNI), Organization for Economic Co-operation and Development(OECD) Nuclear Energy Agency (NEA), May 2014.

16 M. Firnhaber. International Standard Problem ISP-16-Rupture of A Steam Line Within the HDR-Containment Leading to an Early Two-Phase-Flow[R].Paris: Committee on the Safety of Nuclear Installations,OECD Nuclear Energy Agency, June 1985.

17 H. Karwat. ISP-23-Rupture of A Large Diameter Pipe in the HDR-Containment[R].Paris: Committee on the Safety of Nuclear Installations,OECD Nuclear Energy Agency, December 1989.

18 A. C. Peterson, C. Cook. Comparison report on OECD-CSNI containment standard problem no. 1: Steamline rupture within a chain of compartments (Battelle Institute test D15) [R]. Paris: Committee on the Safety of Nuclear Installations,OECD Nuclear Energy Agency, May 1980.

19 D. L. Nguyen, W. Winkler. Comparison report on OECD-CSNI containment standard problem no. 2: water line rupture in a branched compartment chain(Battelle Institute test D16)[R]. Paris: Committee on the Safety of Nuclear Installations,OECD Nuclear Energy Agency, May 1982.

20 R. C. Schmitt, G. E. Bingham, J. A. Norberg. Simulated Design Basis Accident Tests of the Carolinas Virginia Tube Reactor Containment[R]. Springfield: Idaho Nuclear Corporation, December 1970.

21 Norberg J A. Carolinas-Virginia Tube Reactor (CVTR) In-plant Testing Project[R]. Springfield: Phillips Petroleum Co., April1969.

22 Reyes JN, &Hochreiter LE. Scaling analysis for the OSU AP600 test facility (APEX)[J]. Nuclear Engineering and Design, 1998, 186: 53-109.